

국내 연구용원자로 PSA 수행을 위한 초기사건 선정 및 빈도 분석

이윤환*†

Initiating Event Selection and Analysis for Probabilistic Safety Assessment of Korea Research Reactor

Yoon-Hwan Lee*†

†Corresponding Author

Yoon-Hwan Lee

Tel : +82-42-868-2652

E-mail : yhlee3@kaeri.re.kr

Received : December 6, 2019

Revised : March 24, 2020

Accepted : April 7, 2021

Copyright©2021 by The Korean Society of Safety All right reserved.

Abstract : This paper presents the results of an initiating event analysis as part of a Level 1 probabilistic safety assessment (PSA) for at-power internal events for the Korea Research Reactor (KRR). The PSA methodology is widely used to quantitatively assess the safety of research reactors (RRs) in the domestic nuclear industry. Initiating event frequencies are required to conduct a PSA, and they considerably affect the PSA results. Because there is no domestic database for domestic trip events, the safety of RRs is usually assessed using foreign databases. In this paper, operating experience data from the KRR for trip events were collected and analyzed in order to determine the frequency of specific initiating events. These frequencies were calculated using two approaches according to the event characteristics and data availability: (1) based on KRR operating experience or (2) using generic data.

Key Words : probabilistic safety assessment, initiating event, research reactor, reactor trip

1. 서론

본 논문은 국내 연구용 원자로(Korea Research Reactor: KRR) 1단계 확률론적안전성평가(Probabilistic Safety Assessment: PSA) 모델 개발을 위한 초기사건 분석 수행 내용 및 결과를 기술하고자 한다. 초기사건 분석은 먼저 국내 연구용 원자로(이하 KRR이라 칭함)에서 발생 가능한 모든 초기사건들을 식별하고, 유사한 사고 경위를 갖는 초기사건들을 그룹화한 뒤, 각 초기사건 그룹의 발생빈도를 평가하는 과정을 거친다. 본 논문의 연구 범위가 “전출력 내부사건 1단계 확률론적안전성평가(PSA)”에 해당하므로 초기사건분석 또한 출력 운전 중 연구로 내부 요인에 의한 초기사건들을 대상으로 수행하였으며, 다음의 초기사건들, 1) 외부사건(예: 내부 화재, 내부 침수, 지진, 태풍, 쓰나미 등), 2) 연구로 계획예방정비(Over-Haul: OH) 기간 중 별도로 다루는 초기사건, 3) 노심손상 사고와 직접적으로 관련되지 않는 초기사건(예: 노심 이외로부터의 방사성물질 방출사고) 등은 본 분석 범위에 포함되지 않는다.

초기사건은 계통 또는 기기의 고장이나 운전원 행위의 실패로 인해 정상 운전 중인 연구용 원자로의 불시 정지를 초래하는 사건을 의미하며¹⁾, 원자로 정지를 유발하는 사건이 발생했으나 여러 가지 원인에 의해 원자로가 정지되지 못하는 경우도 포함한다. 여기서 원자로 정지(Reactor Trip)는 운전 변수들이 운전 제한치를 벗어나는 경우에 취해지는 보호 기능으로서, 초기사건이 발생하면 원자로 보호 및 사고 완화를 위해 안전관련 계통들이 작동하여 원자로를 정지시키고 노심 잔열을 제거함으로써 원자로를 안전한 상태로 유지하게 된다.

KRR 내부사건 1단계 PSA 수행 과정 중 하나로서 노심 손상을 초래하는 모든 중요 사고 시나리오를 파악하고 그 발생빈도를 추정하는 단계가 있다. 이를 위해서 KRR의 정지를 유발하는 최종 초기사건을 선정하고, 초기사건별 발생빈도를 평가하였다. KRR 운전경험 데이터의 적용을 위해 1997년부터 2014년까지 발생된 불시정지 현황과 관련 초기사건을 분석하였으며, 초기사건 빈도를 산출하였다. 또한 KRR 운전경험 데이터 적용이 불가능

*한국원자력연구원 책임연구원 (Korea Atomic Energy Research Institute, Principal Researcher)

한 초기사건인 경우에는 국외 연구로의 일반데이터를 적용하여 초기사건 빈도를 산출하였다.

본 연구를 통하여 PSA 수행자에게는 연구용원자로 PSA^{2,3)} 수행에 필요한 초기사건 선정 방법 및 초기사건 빈도를 제공하고자 하였으며, 또한 연구로 운영자에게는 연구로 불시정지를 초래하는 사건 유발인자 등을 포함한 정보를 제공하고자 하였다. 앞으로 본 논문의 결과는 국내의 연구로 관련 리스크 평가 등 많은 분야에 활용될 것으로 기대된다.

2. 초기사건 선정

초기사건 분석은 먼저 KRR에서 발생 가능한 모든 초기사건을 식별하고, 유사한 사고 경위를 갖는 초기사건들을 그룹핑한 뒤, 최종 초기사건을 선정하며, 마지막으로 각 초기사건별 발생 빈도를 평가하는 세부 절차를 지니고 있다. 초기사건은 계통 또는 기기의 고장이나 운전원 행위의 실패로 인해 정상 운전 중인 원자로의 정지를 초래하는 사건을 의미한다. 원자로 정지를 유발하는 사건이 발생했으나, 여러 가지 원인에 의해 원자로가 정지되지 못하는 경우도 포함된다. 따라서 초기사건이 발생하면 원자로의 보호 및 사고 방지를 위하여 안전기능을 수행하는 계통이 작동하여 원자로를 정지시키고, 노심잔열을 제거하여 원자로를 안전하게 유지한다. 여기서 안전기능이란 초기사건이 발생하였을 때, 노심 손상에 이르기 전에 비정상 상황을 종료시키거나 보호기능의 상실이 동반될 때 사고의 영향을 완화하기 위한 기능을 말한다. 본 분석에서는 원자로 보호계통 및 원자로제어계통에 따른 원자로 자동정지를 포함하며, 운전원이 수동으로 원자로를 정지시키는 수동정지 또한 초기사건 범주에 포함하였다.

2.1 초기사건 선정 절차

일반적으로 PSA에 있어서는 초기사건의 선정을 위하여 보통 다음 3가지 방법이 사용되고 있다^{4,5,6)}: 1) 경험적 평가(comprehensive engineering evaluation), 2) 논리적 평가(logical evaluation), 3) 고장모드영향분석(failure mode and effect analysis). 경험적 평가는 과거의 운전 경험으로부터 유사한 사건이 많이 발생한 경우, 이들 사건의 발생빈도를 통계적으로 평가하여 이를 해당 초기사건의 발생빈도로 사용하는 방법이다. 논리적 평가 방법에는 본 연구에서 적용한 주논리도 및 고장수목 방법이 대표적이다. 마지막으로 고장모드영향분석은 각 계통의 구성요소에 대한 고장모드를 식별하고 고장모드 발생시 원자로 정지를 유발하는가를 평가하는 체계적인 절차이다.

본 연구에서의 초기사건 선정은 다음과 같은 세 단계의 수행 절차에 따라 결정되었다.

첫째, 연구로의 안전 기능을 저해할 수 있는 사고 유형들을 논리적으로 추적하기 위해 아래 Fig. 1과 같이

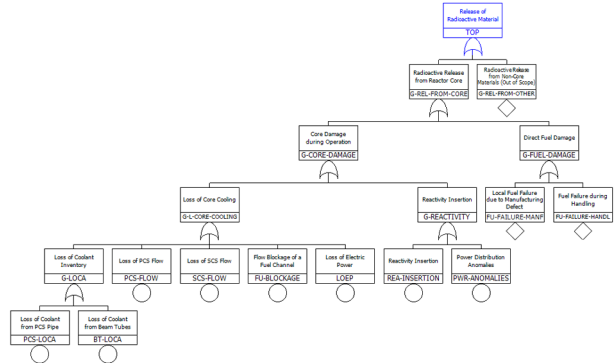


Fig. 1. Master logic diagram for initiating event determination.

Table 1. List of Initiators Causing Reactor Trip⁷⁾

List of initiators	
1. Loss of flow	
(1)	Loss of primary cooling system
(2)	Loss of secondary cooling system
(3)	Loss of reflector cooling system
(4)	Failure of bypass flow control
(5)	Pump stuck
(6)	Channel flow blockage
(7)	Loss of electric power
2. Loss of coolant	
(1)	Loss of primary cooling water
(2)	Loss of secondary cooling water
(3)	Loss of reflector cooling water
(4)	Beam tube ruptures
3. Reactivity accident	
(1)	start-up accident
(2)	Control rod withdrawal
(3)	Cold water Ingression
(4)	Experiment material withdrawal
(5)	D2O pipe rupture
(6)	Failure of fuel loading
(7)	Failure of reactivity control equipment
(8)	Criticality during fuel loading
(9)	Failure of control system
(10)	Misbalance of control rod position
(11)	Failure of reactivity equipment maintenance/repair
4. Natural phenomenon	
(1)	Seismic
(2)	Fire
(3)	Flood
5. Other accidents	
(1)	Fuel handling accident
(2)	Failure of cooling tower fan
(3)	Failure of control computer
(4)	Failure of operator working station
(5)	Failure of air control equipment for I&C
(6)	Failure of ventilation system

주논리도(Master Logic Diagram: MLD)를 개발하였다.

둘째 단계에서는 주논리도를 통해 개념적인 내부 초기사건의 범주를 결정하고, 이들 일반 범주 각각에 대해서 Table 1에 나타난 바와 같이 발생 가능한 총 31개의 초기사건 유발인자 목록을 개발하였다. 초기사건 유발인자 목록 작성에는 KRR 안전성분석보고서⁷⁾를 기본으로 하였으며, 국내 및 국외 연구로의 안전성분석보고서, PSA 보고서 등을 추가 자료로 사용하였다.

마지막 단계에서는 초기사건 유발인자 목록 중 해당 연구로의 설계 특성에 비추어 분석 대상에서 제외될 수 있는 유발인자는 제외하고, 나머지 초기사건 유발인자에 대하여 연구로의 거동과 원자로를 안전하게 정지시키기 위해 필요한 안전시스템의 기능적 대응에 근거하여 유사한 패턴을 보이는 초기사건을 그룹화 하였다.

2.2 초기사건 선정 결과

상기에 기술된 초기사건 선정 절차에 따라 분석한 결과, 다음과 같은 총 9개의 초기사건이 선정되었으며, 그 결과를 Table 2에 나타내었다.

Table 2. List of initiating events

Initiating events	
1	Loss of electric power: LOEP
2	Reactivity insertion accident: RIA
3	Loss of primary cooling system: LOPCS
4	Loss of secondary cooling system: LOSCS
5	Loss of coolant accident: LOCA
6	Beam tube LOCA
7	Single channel flow blockage: SCFB
8	General transient by manual trip: GTRN-MT
9	General transient by automatic trip: GTRN-AT

각 초기사건별 발생 원인 및 특성은 다음과 같다.

2.2.1 외부전원상실사고(LOEP)

외부전원상실사고는 원자로 외부전원의 상실로 인해 일차냉각펌프, 이차냉각펌프 및 냉각탑 송풍기 등이 정지되며, 정지봉 가압펌프의 전원 차단에 따라 정지봉이 자동적으로 삽입되는 사고이다. 외부전원상실사고가 발생하면 원자로 정지시스템의 정지봉 가압펌프의 전원이 끊어지게 되며, 정지봉이 즉시 노심으로써 삽입되어 노심 출력이 급속히 감소하게 된다. 또한 원자로 제어시스템의 제어봉 역시 전원 차단으로 인해 노심으로써 자유 낙하하도록 설계되어 있다. 장기적으로는 플랩밸브가 열려 수조를 통한 자연대류에 의해 노심 잔열이 제거된다.

2.2.2 반응도삽입사고(RIA)

반응도삽입사고는 원자로 정상 운전 중 운전원의 반응도 제어 오류 혹은 제어봉구동장치/원자로제어시스템의 고장 등으로 인해 제어봉이 인출되어 반응도가 증가하는 사고이다. 사고해석 시에는 원자로 제어시스템을 통한 제어가 이루어지지 않는다고 가정하기 때문에 제어봉이 연속적으로 인출되는 사고를 모의한다. 그러나 실제로는 원자로 제어시스템의 운전에 따라 제어봉이 연속적으로 인출되는 경우는 발생하지 않으며, 실제로 KRR의 불시정지 이력상에도 정해진 인출 범위 이상 요구 시에는 원자로 정지신호가 발생되어 원자로가 자동정지된 것으로 확인되었다.

2.2.3 일차냉각시스템상실사고(LOPCS)

일차냉각시스템상실사고는 일차냉각시스템 펌프 이상/정지 및 펌프 고착 등으로 인한 유동상실 그리고 일차냉각시스템 내 기기 또는 배관의 막힘에 기인한 유량 감소 등에 기인한다. 본 사고에서 가장 심각한 경우는 일차냉각시스템 펌프 고착 사고로서, 이는 펌프의 기계적 고장으로 인해 임펠러가 회전축에서 이탈되어 소용돌이관 내에 고착되면 임펠러 속도가 급격히 감소되고 노심 유량이 급격히 감소하는 사고이다²⁾.

2.2.4 이차냉각시스템상실사고(LOS-CS)

이차냉각시스템상실사고는 이차냉각시스템 펌프 또는 냉각탑 이상/정지 등으로 인한 이차냉각시스템의 기능상실 그리고 이차냉각시스템 내 기기 또는 배관의 막힘에 기인한 유량 감소 등에 기인한다. 이 중 가장 심각한 사고는 배관 파손 또는 밸브의 고장에 의한 단힘 등으로 인해 순식간에 이차냉각 유동이 상실되는 경우이다. 그러나 이차시스템 사고들의 경우, 일차냉각시스템의 유동은 변함이 없으므로, 일차 및 이차냉각시스템이 모두 기능을 상실하는 외부전원 상실사고에 비해 심각성은 덜 한 것으로 파악되었다.

2.2.5 원자로냉각재상실사고(LOCA)

원자로냉각재상실사고는 일차냉각시스템 배관 파손, 열교환기 누수 및 압력방출밸브의 오작동 등으로 인해 발생할 수 있으며, 이들 중 배관 파손 시에 냉각재 유출량이 가장 크다. 배관 파손에 따른 냉각재 유출사고는 사고 위치에 따라 노심 열수력 거동 및 사고 전개 과정이 매우 다른데, 수조수의 상실 여부에 따라 수조 내부배관과 수조 외부배관 파손으로 구분된다. KRR 안전성분석보고서⁷⁾에 의하면, 배관파손으로 인한 냉각재 유출사고 중 가장 심각한 경우는 수조밖 원자로 입구 배관 파손 사고인 것으로 분석되었다.

2.2.6 비임튜브파단냉각재상실사고(BeamTube LOCA)

비임튜브파단 냉각재상실사고는 원자로 정상 운전 중 여러 원인에 의해 수조 내의 비임튜브가 파손되어 수조수가 원자로 건물로 방출되는 사고이다. 원자로 정상 운전 중 수조 내의 비임튜브 파손은 비임튜브에 작용하는 수력적 힘에 의하거나, 무거운 물체의 낙하에 의해 발생할 수 있다고 안전성분석보고서⁷⁾에 기술되어 있다. 그러나 비임튜브가 받는 수력적 힘은 1기압 정도로 작으며, 정상 운전 중 원자로 상부에 위치한 기중기는 연동장치에 의해 원자로 위를 지날 수 없도록 되어 있으므로, 정상 운전 중 내진 설계된 비임튜브가 파손될 확률은 매우 작다고 할 수 있다. 그럼에도 불구하고 원자로 운전동안 비임튜브와 튜브 내 격막이 동시에 파손되는 이중사고를 가정하였다.

2.2.7 단일채널유동상실사고(SCFB)

단일채널유동상실사고는 원자로 정상 운전 중 단일유동 채널 내의 유로 일부 혹은 전부가 차단되어 필요한 양의 냉각수를 공급하지 못하는 경우에 발생된다. 채널유동 차단의 직접적인 원인은 외부에서 이물체가 원자로 상부로 유입되는 경우와 내부 구조물의 파손으로 인한 파편과 같은 이물체가 원자로 하부공동으로 이동하여 채널의 입구를 막는 경우로 구분될 수 있다.

단일채널유동상실사고가 두 가지 발생 가능한 경로에 따른 분석 내용은 다음과 같다.

- 운전 중에는 수조 상부가 완전히 닫혀 있으므로, 이물체가 수조 내로 유입되는 것은 물리적으로 불가능함. 따라서 수조 내로 이물체 유입이 가능한 시기는 계획예방정비기간임.
- 계획예방정비 중 유입된 이물체는 출력 운전 개시 전 일차냉각계통 운전에 의한 강제 상향 냉각수로 인해 수조 상부로 부유하게 되므로, 실제적으로 핵연료집합체 단일채널 상부 막힘은 불가능함.
- 운전 중 내부 구조물의 파손으로 인한 파편이 이동하여 원자로 하부공동(inlet plenum) 내 한 개의 채널을 막는 경우임.
- 기기 등에서 떨어져 나온 파편과 같은 이물체의 크기, 핵연료집합체 유동관 하부의 기하학적 형상, 이물체의 하부공동으로의 유입 가능성 및 체류 가능시간 등을 고려하여 최종적으로 판단해 볼 때, 핵연료집합체 유동관 하부의 완전 막힘은 불가능함.

상기와 같은 분석 내용을 종합해 볼 때, 단일핵연료

집합체 유동관 하부의 완전막힘에 의한 단일채널유동상실사고는 본 연구로 특성상 발생 불가능한 것으로 판단된다. 해외 연구로의 PSA 초기사건 분석 결과에 따르면, 많은 연구로 PSA에서 단일채널유동상실사고를 초기사건으로 고려하고 있지 않으며, 설령 고려한 경우에도 완전막힘이 아닌 부분 막힘에 의한 단일채널유동상실사고를 초기사건으로 고려하고 있다. 따라서 본 초기사건 분석에서는 매우 보수적으로 부분 막힘에 의한 단일채널유동상실사고를 본 연구로 초기사건으로 선정하였다.

2.2.8 일반과도사건-MT(GTRN-MT)

일반과도사건-MT는 상기 기술한 총 7가지의 사고 이외의 모든 일반과도사건(GTRN) 중에서 원자로가 자동정지 되는 일반과도사건을 제외하고 운전원이 원자로를 수동정지 시키는 사건만을 의미한다. 운전원에 의한 수동정지와 원자로보호계통에 의한 자동정지는 고장수목으로 표현되는 ‘원자로 정지’ 실패 측면에서 서로 다른 논리와 서로 다른 실패 확률값을 갖게 된다. 따라서 두 가지 경우를 별도의 초기사건으로 구분하여 평가하였다.

2.2.9 일반과도사건-AT(GTRN-AT)

일반과도사건-AT는 일반과도사건 중에서 일반과도사건-MT를 제외하고 원자로보호계통/원자로제어계통에 의해 원자로가 자동 정지되는 과도사건만을 의미한다. 일반과도사건-AT에는 운전원 조작 오류, 제어봉 및 정지봉 고장, 계측기 이상, 반사체 냉각계통 이상, 냉중성자계통 수소 고압력, 이차측 유량 감소, 반사체 저유량, 원인불분명 등으로 인해 원자로가 자동 정지되는 사건 등이 포함된다.

3. KRR 정지이력 분석

3.1 정지이력 분석

KRR PSA에서 필요로 하는 초기사건 빈도는 원자로의 출력 운전 중 발생하는 원자로 정지의 1년 중 발생 빈도를 의미한다. 따라서 KRR 정지 이력 중 1997년부터 2014년까지의 총 110건을 운전 및 계획예방정비 기간으로 분류하였다. 이 중 운전기간으로 분류된 총 93건을 상기 Table 2에 나타낸 총 9가지의 초기사건으로 그룹핑하였으며, 그 결과는 Table 3에 나타낸 바와 같다.

상기 Table 3에 나타난 바와 같이 KRR 정지이력 분석 기간인 1997년부터 2014년까지 외부전원상실사고(LOEP)는 총 15회, 반응도삽입사고(RIA)는 총 13회 및

Table 3. Initiating events grouping

Initiating events	Number of occurrences
LOCA	0
Beam tube LOCA	0
SCFB	0
LOPCS	0
LOSCS	0
LOEP	15
RIA	13
GTRN-MT	11
GTRN-AT	45
Others	9
Sum	93

일반과도사건(GTRN)은 11건의 수동정지를 포함하여 총 56회 발생한 것으로 분석되었다.

3.2 운전시간 산정

초기사건 빈도를 구하기 위해서는 앞서 분석한 각 초기사건별 발생 건수가 필요하며, 초기사건 빈도 계산 시 분모가 되는 KRR의 운전시간 또한 필요하다. 1995년부터 2014년까지 원자로 운전시간은 아래 Table 4에 나타낸 바와 같다. 초기사건 빈도를 구하기 위한 분모

Table 4. Operating and shutdown days by year⁸⁾

Year	Operation (day)	Accumulated operation (day)	Shutdown (day)	Accumulated shutdown (day)
1995	18	18.00	0.42	0.42
1996	150.36	168.36	2.49	2.90
1997	130.87	299.23	0.40	3.31
1998	157.75	456.98	0.25	3.55
1999	158.79	615.77	0.37	3.92
2000	168.39	784.16	0.20	4.12
2001	169.83	953.99	0.08	4.20
2002	209.12	1163.11	0.02	4.22
2003	217.42	1380.53	0.07	4.29
2004	183.65	1564.18	4.85	9.14
2005	110.35	1674.53	1.53	10.67
2006	139.92	1814.45	1.59	12.26
2007	144.93	1959.38	2.24	14.50
2008	107.3	2066.68	1.34	15.84
2009	135.77	2202.45	3.57	19.41
2010	214.04	2416.49	13.11	32.53
2011	190.89	2607.38	1.15	33.68
2012	189.35	2796.73	3.63	37.31
2013	177.12	2973.85	7.89	45.20
2014	135.08	3108.93	2.53	47.72

에 해당하는 원자로 운전시간은 1997년부터 2014년까지 계획예방정비(OH) 기간을 제외한 실제 원자로 출력 운전시간만을 고려하였다. Table 4로부터 계산된 운전일수는 2940.57일이며, 약 8.06년이다. 계산된 2940.57일은 Table 4 운전일수(일)에서 1997년부터 2014년까지의 운전일수를 더한 값이다.

4. 초기사건 발생빈도 평가

KRR PSA용 초기사건별 발생빈도를 다음과 같이 평가하였다.

- KRR 운전 중 1회 이상 발생 경험이 있는 초기사건인 외부전원 상실사고(LOEP), 반응도 삽입사고(RIA), 일반과도사건-MT 및 일반과도사건-AT에 대해서는 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이저안 처리(Bayesian Update)¹⁰⁾를 통해 발생빈도를 계산하였으며, 평가 결과를 아래 4.1에 기술하였음.
- 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 일차냉각계통상실사고(LOPCS) 및 이차냉각계통상실사고(LOSCS) 역시 상기 사고와 마찬가지로 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이저안 처리¹⁰⁾를 통해 발생빈도를 계산하였으며, 평가 결과를 아래 4.2에 기술하였음.
- 마지막으로 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 원자로냉각재상실사고(LOCA), 비임튜브파단 냉각재상실사고(Beam Tube LOCA) 및 단일채널 유동상실사고(SCFB)는 국외 연구로의 일반 데이터를 적용하였으며, 그 결과를 아래 4.3에 기술하였음.

4.1 정지이력에 근거한 초기사건별 발생빈도 평가

각 초기사건 발생빈도의 단위는 달력상의 1년(reactor calendar year)을 기준으로 하였다. 즉, 1년 동안 연구로가 정지되지 않고 계속 출력 운전 중일 때의 발생빈도에 실제 가동률을 고려한 값이다. 참고로 KRR은 1997년부터 2014년까지 총 18년 가동을 하였으며, 이 기간 중 계획예방정비 등을 제외하면 실제로는 약 8.06년 동안 가동한 것으로 파악되었다.

외부전원 상실사고, 반응도 삽입사고, 일반과도사건-MT, 일반과도사건-AT, 일차냉각계통상실사고 및 이차냉각계통상실사고에 대해서 베이저안 처리(bayesian update)⁹⁾를 통해 발생빈도를 추정하였다. 아래 Table 5에 나타난 바와 같이 발생빈도 베이저안 처리 방법은 Table 5 ‘Time Based (failure while operating)’에 해당되

Table 5. Failure rate formulas based on bayesian statistics⁹⁾

Data Type	Demand Based (failure on demand)	Time Based (failure while operating)
Failure probability & Failure rate	$p_f = \frac{\text{failure \#} + 0.5}{\text{total \# of attempts} + 1}$	$\lambda = \frac{\text{failure \#} + 0.5}{\text{total run time}}$
Prior distribution	Beta distribution with $\alpha_{\text{prior}}=0.5$ and $\beta_{\text{prior}}=0.5$ being a Jeffreys Prior	Gamma distribution with $\alpha_{\text{prior}}=0.5$ and $\beta_{\text{prior}}=0$ being a Jeffreys Prior
Likelihood function	Binomial distribution	Poisson distribution
Posterior distribution	Beta distribution with parameters $\alpha_{\text{post}}=x+\alpha_{\text{prior}}$ and $\beta_{\text{post}}=n-x+\beta_{\text{prior}}$ where x is failure count and n is number of demands. The mean of the beta distribution is $\alpha/[\alpha+\beta]$	Gamma distribution with parameters $\alpha_{\text{post}}=x+\alpha_{\text{prior}}$ and $\beta_{\text{post}}=t+\beta_{\text{prior}}$ where x is failure count and t is total run time. The mean of the gamma distribution is α/β

며, Jeffreys non-informative prior는 Gamma 분포의 경우 $\alpha_{\text{prior}}=0.5, \beta_{\text{prior}}=0$ 이다⁹⁾.

각 초기사건별 발생빈도 계산은 편의상 Fig. 2에 나타난 바와 같이 U.S. Nuclear Regulatory Commission과 Idaho National Laboratory가 공동개발한 웹 기반의 Reliability Calculator (Ver. 1.4.2.1)¹⁰⁾를 사용하였으며, 평가 결과는 다음과 같다.

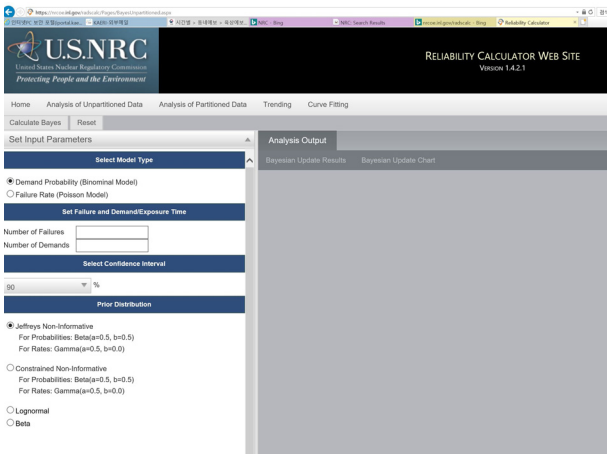


Fig. 2. Reliability calculator developed by NRC and INL.

4.1.1 외부전원상실사고 (LOEP)

분석대상기간(1997~2014년) 중 운전시간 8.06년 동안 외부전원상실사고(LOEP) 발생건수는 총 15건이다. LOEP 발생빈도(/년)는 상기 Table 5의 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리⁹⁾를 통해 계산이 가능하다. 본 평가에서는 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 LOEP 빈도를 계산하였으며, Table 6에 나타난 바와 같이 LOEP 발생빈도 평균은 1.92E+00/년, 오차인자

Table 6. LOEP frequency calculated by reliability calculator¹⁰⁾

Bayesian update results
Prior distribution: Jeffreys non-informative gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of failures: 15
Operating time: 8.06 (yr)
Posterior parameters: 15.50, 8.06
5th percentile: 1.20E+00
50th percentile: 1.88E+00
Mean: 1.92E+00
95th percentile: 2.79E+00
Error factor (95th/50th): 1.5
Posterior variance: 2.39E-01
Posterior standard deviation: 4.88E-01

(EF)는 1.5로 평가되었다¹⁰⁾.

- LOEP 빈도 평균 = $(15+0.5)/8.06\text{년} = 1.92\text{E}+00/\text{년}$

4.1.2 반응도삽입사고 (RIA)

분석대상기간(1997~2014년) 중 8.06년 운전시간 동안 총 13건의 반응도삽입사고(RIA)가 발생한 것으로 파악되었다. RIA 발생빈도 추정을 위해 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리⁹⁾를 수행하였다. Table 7에 나타난 바와 같이 RIA 발생빈도 평균은 1.67E+00/년, 오차인자(EF)는 1.5로 평가되었다¹⁰⁾.

- RIA 빈도 평균 = $(13+0.5)/8.06\text{년} = 1.67\text{E}+00/\text{년}$

Table 7. RIA Frequency calculated by reliability calculator¹⁰⁾

Bayesian update results
Prior distribution: Jeffreys non-informative gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of failures: 13
Operating time: 8.06 (yr)
Posterior parameters: 13.50, 8.06
5th percentile: 1.00E+00
50th percentile: 1.63E+00
Mean: 1.67E+00
95th percentile: 2.49E+00
Error factor (95th/50th): 1.5
Posterior variance: 2.08E-01
Posterior standard deviation: 4.56E-01

4.1.3 운전원에 의한 수동정지만을 포함한 GTRN-MT

일반과도사건에서 운전원에 의한 수동정지만을 포함한 GTRN-MT는 운전시간 8.06년 동안 11건 발생하였다. GTRN-MT 발생빈도 추정을 위해 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 Jeffreys non-informative prior에

대한 베이지안 처리9)를 수행하였다. Table 8에 나타난 바와 같이 GTRN-MT 발생빈도 평균은 1.43E+00/년, 오차인자(EF)는 1.6으로 평가되었다¹⁰⁾.

- GTRN-MT 빈도 = $(11+0.5)/8.06\text{년} = 1.43\text{E}+00/\text{년}$

Table 8. GTRN-MT Frequency Calculated by Reliability Calculator¹¹⁾

Bayesian update results
Prior distribution: Jeffreys nNon-informative gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of failures: 11
Operating time: 8.06 (yr)
Posterior parameters: 11.50, 8.06
5th percentile: 8.12E-01
50th percentile: 1.39E+00
Mean: 1.43E+00
95th percentile: 2.18E+00
Error factor (95th/50th): 1.6
Posterior variance: 1.77E-01
Posterior standard deviation: 4.21E-01

4.1.4 원자로 자동정지만을 포함한 GTRN-AT

일반과도사건에서 운전원에 의한 수동정지를 제외하고 자동정지만을 포함한 GTRN-AT는 운전시간 8.06년 동안 총 45건 발생하였다. GTRN-AT 발생빈도 추정을 위해 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리9)를 수행하였다. Table 9에 나타난 바와 같이 GTRN-MT 발생빈도 평균은 5.65E+00/년, 오차인자(EF)는 1.3으로 평가되었다¹⁰⁾.

- GTRN-AT 빈도 = $(45+0.5)/8.06\text{년} = 5.65\text{E}+00/\text{년}$

Table 9. GTRN-AT Frequency Calculated by Reliability Calculator¹⁰⁾

Bayesian Update Results
Prior Distribution: Jeffreys Non-informative Gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of Failures: 45
Operating Time: 8.06 (yr)
Posterior Parameters: 45.50, 8.06
5th percentile: 4.34E+00
50th percentile: 5.60E+00
Mean: 5.65E+00
95th percentile: 7.09E+00
Error Factor (95th/50th): 1.3
Posterior Variance: 7.00E-01
Posterior Standard Deviation: 8.37E-01

4.1.5 일차냉각계통상실사고 (LOPCS)

KRR은 총 운전시간 8.06년 동안 일차냉각계통상실

사고(LOPCS)를 경험한 바 없는 것으로 분석되었다. LOPCS 발생빈도 추정을 위해 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리9)를 수행하였다. Table 10에 나타난 바와 같이 LOPCS 발생빈도 평균은 6.20E-02/년, 오차인자(EF)는 8.4로 평가되었다¹⁰⁾.

- LOPCS 빈도 평균 = $(0+0.5)/8.06\text{년} = 6.20\text{E}-02/\text{년}$

Table 10. LOPCS Frequency calculated by reliability Calculator¹⁰⁾

Bayesian update results
Prior distribution: Jeffreys non-informative gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of failures: 0
Operating time: 8.06 (yr)
Posterior parameters: 0.50, 8.06
5th percentile: 2.44E-04
50th percentile: 2.82E-02
Mean: 6.20E-02
95th percentile: 2.38E-01
Error factor (95th/50th): 8.4
Posterior variance: 7.70E-03
Posterior standard deviation: 8.77E-02

4.1.6 이차냉각계통상실사고 (LOSCS)

KRR은 총 운전시간 8.06년 동안 일차냉각계통상실 사고(LOPCS)와 마찬가지로 이차냉각계통상실 사고(LOSCS)를 경험하지 않은 것으로 분석되었다. LOSCS 발생빈도 추정을 위해 Reliability Calculator¹⁰⁾를 이용하여 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이지안 처리9)를 수행하였다. Table 11에 나타난 바와 같이 LOPCS 발생빈도 평균은 6.20E-02/년, 오차인자(EF)는 8.4로 평가되었다¹⁰⁾.

- LOSCS 빈도 평균 = $(0+0.5)/8.06\text{년} = 6.20\text{E}-02/\text{년}$

Table 11. LOSCS Frequency Calculated by Reliability Calculator¹⁰⁾

Bayesian Update Results
Prior Distribution: Jeffreys Non-informative Gamma ($\alpha=0.5, \beta=0$)
Number of Failures: 0
Operating Time: 8.06 (yr)
Posterior Parameters: 0.50, 8.06
5th percentile: 2.44E-04
50th percentile: 2.82E-02
Mean: 6.20E-02
95th percentile: 2.38E-01
Error Factor (95th/50th): 8.4
Posterior Variance: 7.70E-03
Posterior Standard Deviation: 8.77E-02

4.2 일반데이터에 근거한 초기사건별 발생빈도 평가

KRR 정지이력 분석에서 발생 경험이 없는 초기사건 중 원자로냉각재상실사고(LOCA), 단일채널유동상실사고(SCFB) 및 비임튜브파단 냉각재상실사고(Beam Tube LOCA)의 초기사건 빈도는 일반데이터를 사용하였다.

4.2.1 원자로냉각재상실사고 발생빈도

본 연구로의 원자로냉각재상실사고 발생빈도는 국외 연구로 PSA 1차냉각배관 파단빈도와 KRR 일차냉각계통 압력방출밸브(Pressure Safety Valve: PSV)의 부적절한 개방 빈도를 합산하여 평가하였다.

본 분석 대상인 KRR과 설계 측면에서 매우 유사한 국외연구로는 OPAL (Australian Replacement Research Reactor) 연구로¹¹⁾이다. 따라서 1차냉각배관 파단빈도는 OPAL 연구로 PSA에서 사용한 3.09E-04/년¹¹⁾를 적용하였다.

KRR 일차냉각계통에는 일차냉각펌프 후단에 압력방출밸브(PSV)가 설치되어 있으며, 이는 계통 운전시 과압 발생을 해결하기 위함이다. 밸브 작동 설정치는 1,000 kPa이며, 일차냉각계통 내 압력방출밸브의 부적절한 개방은 원자로냉각재상실사고(LOCA)와 같은 결과를 초래하게 된다. 본 분석에서 PSV의 부적절한 개방에 의한 LOCA 빈도는 기존 상용로 PSA^{12,13)}에서 사용한 데이터와 동일한 3.88E-08/hr를 적용하였다.

따라서, 본 연구로의 원자로냉각재상실사고(LOCA) 빈도는 다음과 같이 1차냉각배관 파단빈도와 PSV 개방빈도의 합으로 계산된다.

$$\begin{aligned} \text{LOCA 빈도} &= (\text{1차냉각배관 파단빈도}) + (\text{PSV 개방 빈도}) \\ &= (3.09\text{E-}04/\text{년}) + (2 \times 3.88\text{E-}08/\text{hr}) \\ &= 9.89\text{E-}04/\text{년} \end{aligned}$$

원자로냉각재상실사고 발생빈도는 상기 계산에 따라 9.89E-04/년으로 평가되었으며, 오차인자(EF)는 10.0으로 가정하였다.

4.2.2 단일채널유동상실사고

단일채널유동상실사고(SCFB) 발생빈도는 OPAL 연구로 PSA에서 사용한 1.30E-05/년¹¹⁾을 적용하였으며, 그 결과를 정리하여 아래 Table 11에 나타내었다.

단일채널유동상실사고 발생에 영향을 미치는 요소 중 노심 내 냉각수의 흐름 방향이 가장 중요하다. 노심 내 냉각수 흐름이 강제 상향식인 경우에는 외부에서 이물체가 떨어진다 해도, 강제 상향 냉각수에 의해 이물체가 부유하게 되므로, 물리적으로 핵연료 채널을

막는 일은 발생할 수 없게 된다. 국외 연구로 중 KRR과 같이 강제 상향식 노심 냉각 방향을 지닌 원자로는 OPAL 연구로¹¹⁾이며, 원자로 출력 등 여러 가지 설계 특성 측면에서 본 연구로와 매우 유사한 것으로 파악되었다. 따라서 OPAL 연구로 PSA¹¹⁾에서 사용된 단일채널유동상실사고 발생빈도를 본 연구로 PSA에 적용하고자 하였다.

4.2.3 비임튜브파단 냉각재상실사고

비임튜브파단 냉각재상실사고(Beam Tube LOCA)는 일반적으로 국외 연구로 PSA에서 흔히 선정되지 않는 초기사건이며, 본 연구로 PSA에 적용 가능한 일반데이터원이 그리 많지 않은 것으로 파악되었다. 이 사고는 KRR 안전성분석보고서에서 제한사고로 정의하고 있으며, 연구로 운전 중에는 발생할 수 없는 사고라고 기술되어 있다⁷⁾.

본 원자로 운전 중 발생할 수 없는 이유를 정리하면 다음과 같다.

- 정상 운전 중에는 원자로 수조가 닫혀 있음
- 원자로 상부에 위치한 기증기는 정상 운전 중에 원자로 위를 지날 수 없게 되어 있음
- 비임튜브가 수조 내에서 받는 수력적 힘은 1기압 정도이므로 내진 설계된 비임튜브가 수력적 힘에 의해 파손될 확률은 매우 작음
- 비임튜브가 파손되더라도 비임튜브 끝의 격막이 존재하며, 비임튜브와 격막이 동시에 파손되지 않으면 수조수 방출은 불가능함
- 상기와 같은 이유로 인해 비임튜브 파단빈도는 매우 작을 수 밖에 없음

따라서 상기와 같은 이유에 근거하여 Table 12에 나타낸 바와 같이 Tehran PSA에서 사용한 6.85E-06/년¹⁴⁾을 비임튜브파단 냉각재상실사고 빈도에 적용하였다.

상기 세 가지 초기사건별 발생빈도 평가 결과를 정리하면 다음 Table 12에 나타내었다.

Table 12. Initiating events frequencies based on generic database¹⁰⁻¹³⁾

	Database	Frequency (yr)	Error factor
LOCA	OPAL Research reactor PSA + PWR PSA	9.89E-04	10.0
SCFB	OPAL Research reactor PSA	1.30E-05	10.0
BT-LOCA	Tehran research reactor PSA	6.85E-06	10.0

4.3 KRR PSA 초기사건별 발생빈도

앞서 초기사건의 식별 및 그룹핑을 통하여 KRR PSA를 위한 초기사건으로서 Table 13과 같은 총 9가지의 초기사건이 최종 선정되었다. 또한 정지이력 분석 결과 및 일반데이터원에 근거하여 각 초기사건별 발생빈도를 평가하였으며, 그 결과 역시 Table 13에 나타내었다.

Table 13. Initiating events frequencies for KRR PSA

Initiating event	Frequency (/yr)	Error factor	Remarks
LOEP	1.92E+00	1.5	KRR experiences
RIA	1.67E+00	1.5	KRR experiences
LOPCS	6.20E-02	8.4	KRR experiences
LOSCS	6.20E-02	8.4	KRR experiences
LOCA	9.89E-04	10.0	OPAL + PWR
SCFB	1.30E-05	10.0	OPAL
BT-LOCA	6.85E-06	10.0	Tehran
GTRN-MT	1.43E+00	1.3	KRR experiences
GTRN-AT	5.65E+00	1.6	KRR experiences

5. 결론 및 고찰

본 논문에서는 KRR PSA를 위한 초기사건 분석을 수행하였다. 본 연구 수행 범위가 전출력 내부사건 1단계 PSA에 해당하므로 초기사건 분석 또한 출력 운전 중 연구로 내부 요인에 의한 초기사건들을 대상으로 수행하였다.

세부적인 초기사건 선정은 다음과 같은 세 단계의 수행 절차에 따라 결정되었다.

- 첫째, 연구로의 안전 기능을 저해할 수 있는 사고 유형들을 논리적으로 추적하기 위해 주논리도를 개발하였다.
- 둘째 단계에서는 주논리도를 통해 개념적인 내부 초기사건의 범주를 결정하고, 이들 일반 범주 각각에 대해서 발생 가능한 총 31개의 초기사건 유발인자 목록을 개발하였다.
- 마지막 단계에서는 초기사건 유발인자 목록 중 해당 연구로의 설계 특성에 비추어 분석 대상에서 제외될 수 있는 유발인자는 제외하고, 나머지 초기사건 유발인자에 대하여 연구로의 거동과 원자로를 안전하게 정지시키기 위해 필요한 안전계통의 기능적 대응에 근거하여 유사한 패턴을 보이는 초기사건을 그룹화하였다.

상기와 같은 절차에 기반하여 결정된 본 연구로 PSA 초기사건에는 총 9가지가 선정되었으며, 각 초기사건별로 다음과 같이 발생빈도를 평가하였다.

- 우선 연구로 운전 중 1회 이상 발생 경험이 있는 초기사건인 외부전원상실사고(LOEP), 반응도삽입사고(RIA) 및 일반과도사건(GTRN)에 대해서는 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이저안 처리를 통해 발생빈도를 산출하였다.
- 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 일차냉각계통상실사고(LOPCS) 및 이차냉각계통상실사고(LOSCS) 역시 상기 사고와 마찬가지로 Jeffreys non-informative prior에 대한 베이저안 처리를 통해 발생빈도를 평가하였다.
- 마지막으로 운전 중 발생 경험이 없는 초기사건 중 원자로냉각재상실사고(LOCA), 비임튜브파단 냉각재상실사고(Beam Tube LOCA) 및 단일채널유동상실사고(SCFB)는 국외 연구로의 일반 데이터를 적용하였다.

본 연구를 통하여 연구로 불시정지를 초래하는 사건 유발인자 등을 확인하였으며, 연구용원자로 PSA 수행에 필요한 초기사건 선정 및 초기사건 빈도를 결정하였다. 앞으로 연구로의 운전시간이 지속적으로 증가하고, 또한 운전 경험 축적에 따른 보다 효율적인 연구로 운전이 가능할 것이므로, 지금보다 좀 더 통계적으로 의미 있는 KRR 고유의 정지이력 데이터베이스 및 초기사건 빈도 평가 결과를 기대한다.

Acknowledgement: This work was funded by the Korean government, Ministry of Science, ICT.

References

- 1) Y. H. Lee, "Analysis of Initiating Events Frequencies for PSA based on the Unexpected Reactor Trip Events in Korea," J. Korean Soc. Saf., Vol. 14, No. 1, 1999.
- 2) Y. H. Lee, "Design Improvement to a Research Reactor for Safety Enhancement using PSA," J. Korean Soc. Saf., Vol. 33, No. 3, 2018.
- 3) Y. H. Lee, "Aspects of Preliminary Probabilistic Safety Assessment for a Research Reactor in the Conceptual Design Phase," J. Korean Soc. Saf., Vol. 34, No. 3, 2019.
- 4) E. Lois, M. Drouin, D. Whitehead, L. Chu, and J. Lehner, "(COOPRA) Research Program Perspectives on Low

- Power and Shutdown Initiating Event Risk,” PSAM6, 6th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management, San Juan, Puerto Rico, USA, 23-28 June 2002.
- 5) IAEA, Defining Initiating Events for Purpose of Probabilistic Safety Assessment, IAEA-TECDOC-719, 1993.
 - 6) NRC, PRA procedure guide, NUREG/CR-2300, AND and IEEE, 1982.
 - 7) KAERI, KMRR Safety Analysis Report, KAERI/TR-710/1996, KAERI, 2018.
 - 8) KAERI, ANSIM (Advanced Nuclear Safety Information Management), KAERI, 2019.
 - 9) NASA, Probabilistic Risk Assessment Procedure Guide for NASA Managers and Practitioners, NASA/SP-2011- 3421 Second Edition, NASA, 2011.
 - 10) <http://nrcoe.inl.gov/radscal/>.
 - 11) OPAL PSA Summary for Public Release, ANSTO Replacement Research Reactor Project, Australian Nuclear Science and Technology Organisation, 2005.
 - 12) KHNP, Hanul 3,4 Full Power Internal Event Level 1 PSA, 2015.
 - 13) J. Montero-Mayorga et al., “Analyses of AP1000 Expanded Event Tree Sequences Based on Best-estimate Calculations,” In Proceedings of PSAM 12, Honolulu, Hawaii, June 2014.
 - 14) R. Barati and S. Setayeshi, “Probabilistic Safety Assessment of Tehran Research Reactor Based on a Synergy between Plant Topology and Hierarchical Evolutions”, Progress in Nuclear Energy, Vol. 70, pp 199-208, 2014.